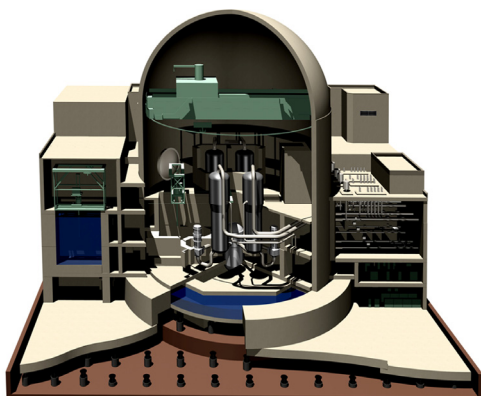


次世代PWR

一環境にやさしく高効率で経済的な, 3S (Safety, Security, Safeguard) を実現する自律型プラントの開発一

Next Generation Light Water Reactor

-Development of Environmentally Friendly, Highly Effective, Economical, and 3S Achievable Autonomic Type Plant-



遠山 真^{*1}
Makoto Toyama

清水 俊介^{*2}
Shunsuke Shimizu

吉津 達弘^{*3}
Tatsuhiko Yoshizu

内藤 隆司^{*4}
Takashi Naito

大塚 重満^{*4}
Shigemitsu Otsuka

次世代加圧水型軽水炉(PWR)は世界標準の獲得を目指した PWR の最終炉型として, APWR をベースデザインとして, 革新性の高い最新技術を投入し, 2030 年以降の市場において世界最高水準の経済性や安全性を備えたプラントを目指して開発を進めている. 次世代 PWR は, そのコンセプトとして, “環境に優しく高効率で経済的な3S (Safety, Security, Safeguard)を実現するプラント”を挙げており, その概念を実現するための要素技術の中で, ①高性能炉心, ②先進安全系, ③免震装置, ④蒸気発生器伝熱管材料, ⑤船殻構造格納容器の開発についての概要を紹介する.

1. はじめに

次世代軽水炉の開発は, (財)エネルギー総合工学研究所が中核機関となり, 国内原子炉メーカー3社(三菱重工業(株), 日立GEニュークリア・エナジー(株), (株)東芝)が参加して2008年4月から官民一体で開発に着手した. このうち当社が開発を担当する次世代 PWR プラントについて, プラントのコンセプトや今後の開発に向けた取り組みについて紹介する.

2. 次世代 PWR 開発の経緯

地球温暖化問題への関心の高まりや資源価格の高騰を背景に, エネルギーセキュリティや二酸化炭素排出削減の観点から, 原子力発電の導入拡大に向けた流れが世界的に加速している. これらの動向を踏まえ, 2005 年 10 月に策定された“原子力政策大綱”では, “2030 年以降も総発電電力量のうち 30~40%程度がそれ以上の供給割合を原子力が担う”などの基本方針が示され, さらに 2006 年8月にまとめられた“原子力立国計画”では, “国内リブレース需要や世界市場を視野に入れて, 官民一体となって次世代炉開発に着手すべき”と提言された. この国内リブレース需要を満たすと同時に世界標準を獲得することを目指し経済産業省, 電気事業連合会, (社)日本電気工業会は 2007 年9月に開発に着手することを発表し, 2008 年4月から開発をスタートした.

次世代軽水炉は, 2030 年頃のリブレース需要への対応に向けて, 2030 年前後の実用化を目指し, 2008 年から8年間で開発を完了させる計画である(図1参照).

*1 原子力事業本部原子力技術部長
*3 原子力事業本部原子力技術部次長

*2 原子力事業本部原子力技術部主席プロジェクト統括
*4 原子力事業本部原子力技術部主席技師

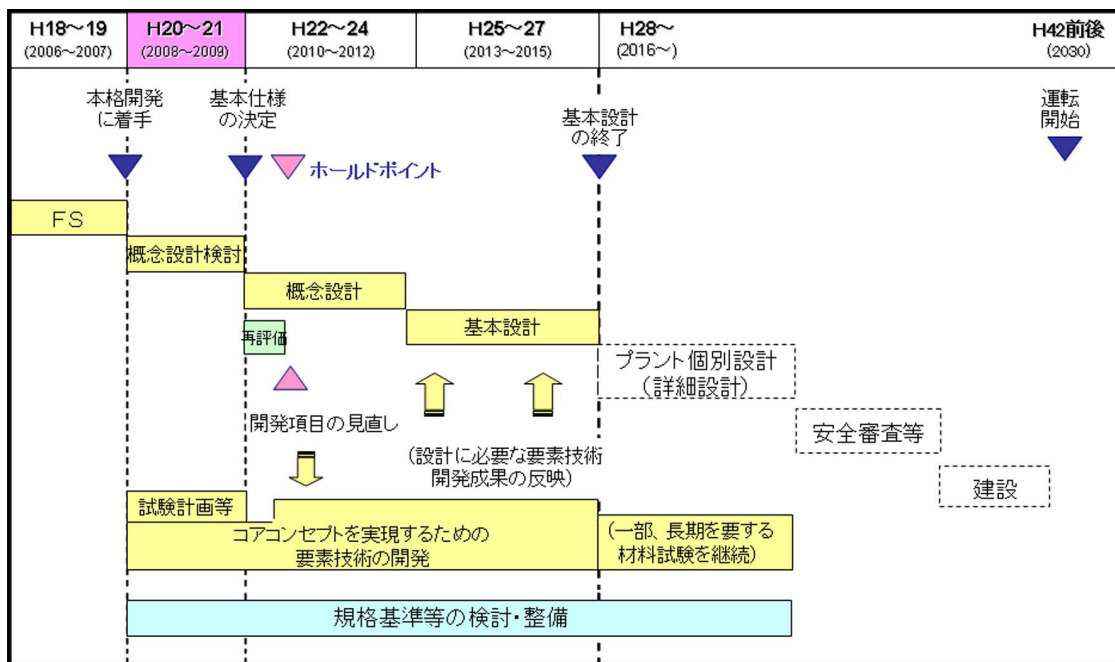


図1 次世代炉開発工程

3. 次世代 PWR のコンセプトと要素技術開発

3.1 コンセプト

次世代軽水炉は国内電気事業者より提示された電力要件の達成を目標に、かつ世界標準の獲得を目指した軽水炉の最終炉型の開発である。次世代 PWR プラントは、APWR をベースデザインとして電気出力を 170~180 万 KW に大型化するとともに、“環境に優しく、高効率で経済的な、3S (Safety, Security, Safeguard)を実現する自律型プラント”のプラント概念を実現するための特徴は以下のとおりであり、次項以降にこれらの概要を示す。

- (1) 超高燃焼度化と燃料集合体の最適化による燃料サイクルコスト低減, 可燃性中性子吸収材の積極利用と制御棒の制御能力強化による所要ほう素濃度の大幅低減およびほう酸廃棄物の大幅低減, 制御棒単独で未臨界達成を図れる炉心安全性の強化, を図った高性能炉心 (3.2 参照)
- (2) 炉心出口温度 $Thot$ 上昇, 高伝熱効率蒸気発生器, 大型最終翼高効率タービン, 及び大容量1次冷却材の適用により, 世界最高熱効率(約 40%)を達成し, 電力要件を満足する熱出力 170 万~180 万 KWe を達成 (3.2 参照)
- (3) 最終ヒートシンクの多様化を図った自律安全系適用により安全, セキュリティへの対応強化 (3.3 参照)
- (4) 免震設計を導入した標準化プラント (3.4 参照)
- (5) 船殻構造を適用した大型モジュール適用による建設工期の大幅短縮 (3.5 参照)
- (6) プラント寿命 80 年と被ばく低減を目指した新材料の開発 (3.6 参照)

3.2 炉心高度化

次世代軽水炉炉心では, 燃料の超高燃焼度化, 炉心出口温度上昇, 燃料集合体設計の最適化, ほう素, 制御棒及び可燃性毒物使用の最適化により, 炉心の大幅な高性能化を図る。適用する個々の要素技術の概要を以下に示す。

(1) 超高燃焼度化

超高燃焼度化燃材料を開発することにより, 燃料取出平均燃焼度を約 90GWd/t とし, 24 ヶ月運転サイクルを達成すると共に, 燃料取替体数を約 1/2 に削減する。この超高燃焼度化により, 燃料サイクルコストを約 20%低減させる。

(2) 炉心出口温度上昇

超高燃焼度化に合わせて、高温温度環境に耐え得る燃材料を開発することにより、炉心出口温度上昇によるプラント熱効率を向上させ、電気出力を約 20MWe 増加させる。

(3) 燃料集合体設計最適化

減速材と燃料の体積比を増大した燃料を採用することにより、中性子の減速環境を改善し、初期ウラン濃縮度、燃焼後の残存濃縮度を低減させることにより、ウラン資源の節約、核物質の防護、燃料サイクルコストの低減に寄与させる(図2)。

(4) ほう素、制御棒、可燃性毒物使用の最適化

可燃性毒物を積極使用、並びに、制御棒による制御能力の増強により、通常運転時のほう素濃度及び停止時ほう素濃度を大幅に低減し、ほう酸廃棄物を約 1/4、トリチウム放出量を約 1/3 にする。また、制御棒にて低温停止を達成させることにより、過冷却事象への安全性を強化する(過冷却時再臨界防止)。

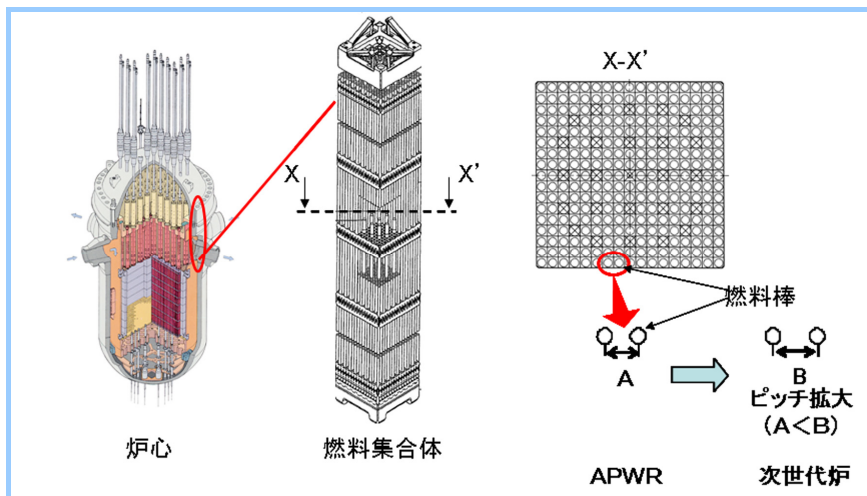


図2 燃料集合体設計最適化例

3.3 先進安全系

次世代軽水炉では、世界最高水準の安全性を有する APWR と同等以上の安全性(事故発生確率がこれらを下回ること等)を確保しつつ、2030 年頃にふさわしい高い経済性を実現することを目標としている。1次冷却材配管破断事故や非常時の原子炉と原子炉格納容器の冷却には、原子炉補機冷却水系統や原子炉補機海水系統に依存せず、簡素で高い信頼性を有する自立安全系を採用している(図3)。自立安全系では、事故時に外気を最終ヒートシンクとする直接冷却サイクルを導入し、アクティブ系設備は4トレン構成を採用して運転中保守が容易なプラントとしている。

さらに、従来プラントで通常時と事故時に最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統となっていた原子炉補機冷却水系統と原子炉補機海水系統を、次世代軽水炉では常用設備としている。この構成を採用することで、大気を最終ヒートシンクとする安全系と海水を最終ヒートシンクとする常用系を組み合わせた構成とすることが可能となり、最終ヒートシンクを多様化でき、両者があいまって非常時の冷却機能を高い信頼性のあるものとしている。この多様化構成を経済的に成立させるために、蒸気発生器を有するPWRでは、蒸気発生器を事故時に活用して原子炉冷却材系を冷却・減圧し、低压注入ポンプ注入で炉心にほう酸水を注入する方式を採用し、従来プラントで設置している高圧ポンプを削除した。また、低压注入ポンプと原子炉格納容器スプレイポンプを兼用化することで、安全系ポンプの台数を低压ポンプ1台／系列に簡素化している。次世代軽水炉ではこの低压ポンプと大気で冷却する空冷クーラを免震化された原子炉建屋に集中して配置し、地震や津波に対する対応性能を向上している。

今後、先進安全システム総合の総合試験として事故時の性能を確認する計画である。

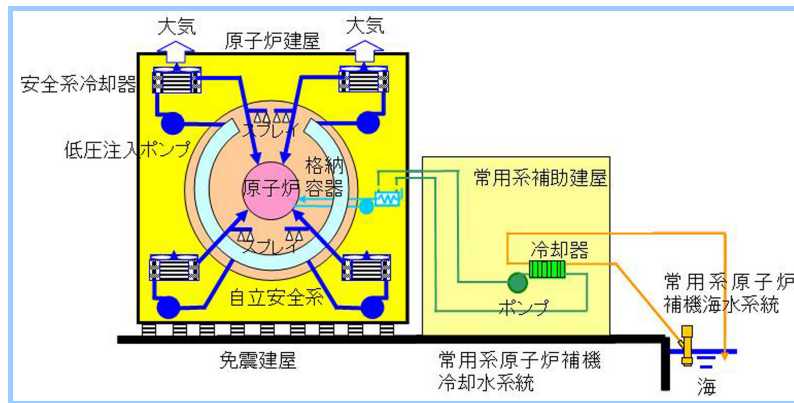


図3 先進安全系概要図

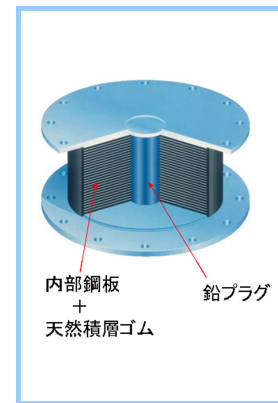


図4 免震装置

3.4 免震装置

“免震技術の採用による立地条件によらない標準化プラント”をコンセプトとして免震装置の原子力発電所への適用を目指した開発を実施している。

これまで国内に建設された原子力発電所は、立地場所の地震条件に応じた耐震設計を行っており、地震条件に応じて原子炉建屋の壁厚や床面積を変更する等、個別に設計変更が必要であったため、プラントの標準化を妨げるとともに、建設費の増加を招く一因となってきた。

免震装置(図4)は地震時に加わる加速度を大きく低減できる特性を持ち、近年国内の一般建築物に広く採用されるようになった。この免震設計を原子力施設の建屋に導入し、地震条件の差を免震装置で吸収することにより、立地場所の地震条件によらず標準的に耐震設計された原子力発電所を設置することが可能となり、徹底したプラントの標準化を図ることができる。また、建屋構築物の簡素化、発電所内の各種設備の支持装置の簡素化が図れるとともに、更に免震装置の余裕により仮に設計想定地震条件を超えるような地震が発生した場合にも耐え得る裕度を更に拡大することが期待できる。

免震設計導入の許認可上の状況としては、“発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針”が平成18年9月19日に改訂され、旧指針の基本方針で記載されていた岩盤支持の要求がなくなり、国内でも免震設計が導入可能な状況となった。これまで免震設計技術についての国内の民間規格としてはJEAG4614-2000“原子力発電所免震構造設計技術指針”が制定されているが、上記指針改訂を反映した免震設計の次世代炉適用に当たって求められる水平・鉛直動の同時入力時の装置挙動把握や設計条件を超えた地震を考慮した加力時の免震装置耐力の確認、及び実規模大の免震装置を用いた性能試験は実施されておらず、その挙動、性能を試験で確認し、設計・評価方法を確立する必要がある。

これらの課題に対し、本開発では次世代軽水炉適用に向けた建屋免震の設計を実施し、実規模大免震装置の水平・鉛直動性能試験、終局加力試験、及び実機模擬の建屋を免震装置に搭載した振動試験、並びに建屋間渡り配管の健全性試験により、免震設計の実証、評価手法確立、及び免震装置の安全裕度の確認を行う計画である。

現在、縮小規模の免震装置の基本性能を求める基本試験が終了し、次世代軽水炉の建屋地震応答解析を実施して次世代軽水炉建屋向けの免震装置の仕様を検討中であり、その後、前述した実規模の免震装置を使用した実証試験を実施する予定である。

3.5 蒸気発生器伝熱管材料の開発

“プラント寿命80年とメンテナンス時の被ばく線量の大幅低減を目指した新材料と水化学の融合”をコンセプトに、蒸気発生器(SG)伝熱管の新材料開発に取り組んでいる。

既存の加圧水型軽水炉におけるSGの伝熱管には、一次系水中応力腐食割れ(PWSCC)に対して優れた耐久性を有する特殊熱処理GNCF690(TT690合金)を使用している。旧来使用されてきたNCF600(TT600合金)はPWSCC感受性を持っており、実機プラントにおいてSCC発生を

生じた経験があるが、TT690 合金は実機及び加速環境における数万時間での PWSCC 試験においても割れが発生しておらず、本材料の適用によって PWSCC による伝熱管損傷は根絶されたと考えられる。

一方、二次側環境における伝熱管の腐食損傷については、TT600 合金の伝熱管の場合、不純物が濃縮しやすい伝熱管と管板あるいは管支持板間の微小すきまで軽微な粒界腐食割れ (IGA) が生じた例もある。TT690 合金では TT600 合金と比較して耐 IGA 性に優れていることが確認できており、また、現状では二次側環境中においても実機プラントでの問題は顕在化していない。しかし、実験室的な調査においては、TT690 合金にもアルカリ環境での IGA 感受性が認められている。このため、より高い冷却水温度条件の下で設計寿命 80 年を目標とする次世代軽水炉では、IGA 感受性のより低い材料を適用することが必要となる。

また、設計寿命の長期化に伴って要求される上述の耐食性の改善以外に次世代軽水炉の SG 伝熱管には伝熱性能の向上が要求される。プラント熱効率の向上のために二次系への伝熱効率を上昇させることが必要であり、伝熱管にも伝熱特性の向上が要求される。このための具体的な方法としては、熱伝導率の高い材料を適用することや、強度特性を向上させて伝熱管厚を減少させることが挙げられる。

さらに、我が国での原子力発電プラントにおける作業被ばく線量は国際的にみて高い水準にある。作業被ばく線量を低減するには、作業内容や作業時間を効率化することはもちろん、作業環境中の線量率を低減することも重要である。このための直接の対策としては、被ばく線源となる放射性腐食生成物の合理的な低減方策を検討する必要がある。

以上のとおり、次世代軽水炉の伝熱管の要求特性を満たすため、一次系での耐 PWSCC 性、二次側での耐 IGA 性を確保し、TT690 合金伝熱管と比較して伝熱特性の向上及び被ばく低減が可能な材料の開発を目的としている。

現在は、机上検討により候補材を 10 鋼種選定し、候補材を 2 鋼種程度に絞り込むために各種の基礎試験を実施している。その後、実機適用に向けた長期腐食試験等を実施する計画である。

3.6 船殻構造格納容器

次世代軽水炉の開発目標では岩盤検査から運転開始まで 30 ヶ月の目標が挙げられている。建設工期を短縮する上での課題として、従来、建設工期短縮のクリティカル要因の一つであった原子炉格納容器の建設工期短縮があげられる。原子炉格納容器の建設工期短縮には、原子炉格納容器に大型ブロック化工法を適用することが有効であり、これに適した格納容器構造とする必要がある。現在、大型 PWR では、プレストレストコンクリート格納容器 (PCCV) を標準としており、テンドン (プレストレスを加える部材) を、鉄筋及びコンクリートで構成された構造の内側にライナ鋼板を設けた構造を採用している。この構造では、施工手順としては、内側のライナを建て、鉄筋、テンドンを組み込み、外側は型枠を設けてコンクリートを打設している。この構造では多数のリフトに分割して打設を繰り返すため長期間の建設工期が必要となっている。このような背景から格納容器構造を簡素化し、大型モジュール工法が採用可能な原子炉格納容器構造を開発している。これまでの建設工期実績から短縮の可能性を分析した結果、工期短縮に向けた構造型式として、テンドンシースのない鋼板構造を選択した。この構造は大型モジュールで製作される船の船殻構造にコンクリートを充填したもので、最も工期短縮に有効な構造と考えられる。

図5に船殻構造格納容器のモジュール化を示す。超大型クレーン適用を前提に約 1000 トン級を 1 モジュールの重量とし、原子炉格納容器のシリンダ部を 4 分割、ドーム部を 2 分割のモジュールで構成できる。船殻構造格納容器を適用した場合 5000t 吊級の超大型クレーンの確保、大型モジュールの組立用地の炉近傍での確保、大型モジュールの短期間組立 (溶接) のための大容量工事用電力の確保などが前提となるが、船殻構造格納容器による大型モジュール化で大幅な短縮が期待できる。

今後、事故時に放射性物質の閉じ込め機能、遮蔽機能有し、また、外部からの飛来物の障壁にもなることから、これらの必要な機能に対する構造検討、性能確認を実施して規格、基準化を進めると共に、建設性についての確認を実施していく。

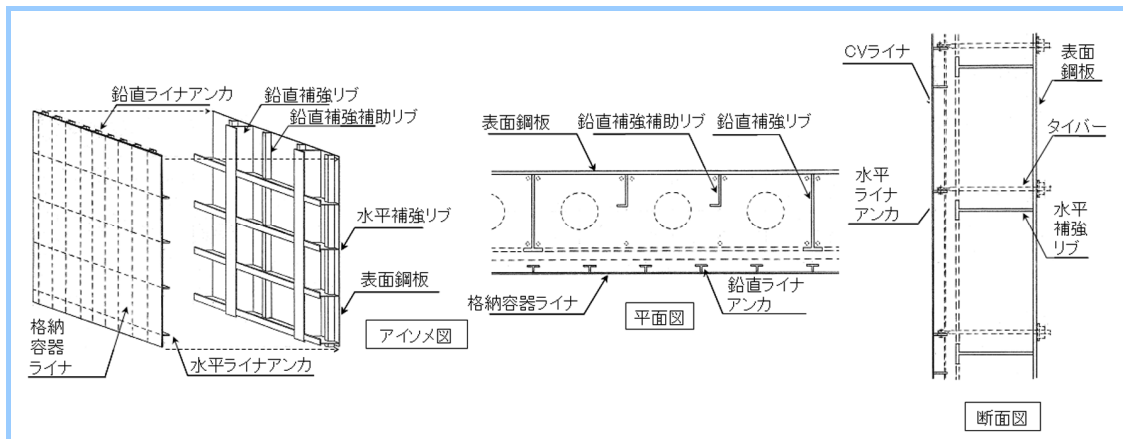


図5 船殻構造の概念図

4. 今後の展開と見通し

前述のとおり、次世代軽水炉は8年間の開発計画であるが、当初2年間はプラント概念の成立性を評価するための設計検討を実施しており、平成 22 年度に設定されているホールドポイントにて総合的な評価を実施し、それ以降の事業計画の見直しを行うこととしている。次世代 PWR プラントに関しては、国内電力要件や世界標準獲得の観点から魅力あるプラントとなるよう当社が責任を持って開発を推進していく。

5. まとめ

当社のこれまでの経験と技術を集大成した APWR をベースデザインとして、電力要件及び世界標準獲得の観点から次世代 PWR プラント概念について開発中である。今後ホールドポイントでの評価に向けて、引き続き国や電気事業者のご指導をいただきながら開発に取り組んでいく。

謝辞

“次世代炉軽水炉に係る技術開発(フェーズⅠ)プラント概念設計の検討(平成 20 年度)”は、日本原子力発電(株)、北海道電力(株)、東北電力(株)、東京電力(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、電源開発(株)、エネルギー総合工学研究所及び三菱重工業(株)の共同研究として実施し、多大なるご助言をいただきました。ここに記して謝意を表します。

参考文献

- (1) 次世代軽水炉の開発計画, 日本原子力学会炉物理部会 炉物理夏季セミナー(2009)配布資料, (財)エネルギー総合工学研究所 次世代軽水炉グループ